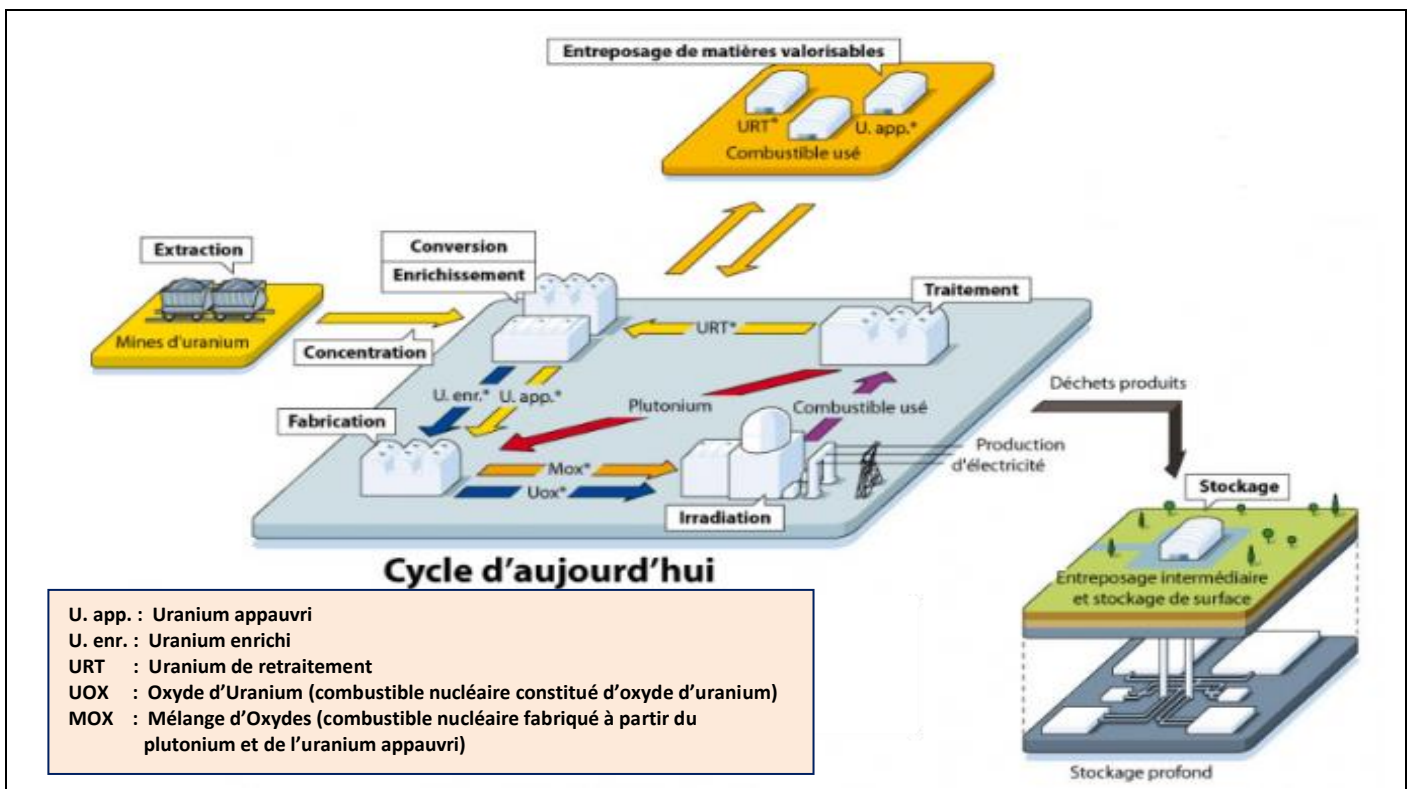


LE CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

1. INTRODUCTION

Le combustible nucléaire suit plusieurs étapes de traitement, avant et après son utilisation en réacteur. C'est ce qu'on appelle le « **cycle du combustible nucléaire** ». La France a fait le choix d'un cycle dit « fermé » (voir figure 1) qui consiste à recycler les matières valorisables, et à réduire le volume et la toxicité des déchets ultimes.



2. UTILISATION EN RÉACTEUR

Le combustible utilisé dans les réacteurs à eau pressurisée (REP) est, au départ, de l'uranium légèrement enrichi en ^{235}U (3 à 5 %) alors que l'uranium naturel n'en contient que 0,7 %. À la sortie du REP, l'uranium irradié est encore enrichi à 1 %, ce qui justifie de le réutiliser, et il comporte du plutonium à 1 % en masse, qui est lui aussi fissile et peut être utilisé comme combustible. L'ensemble de ces opérations complexes incluant des transformations neutroniques, physiques et chimiques, constitue ce qu'on appelle le **cycle du combustible**. Il comprend donc :

- l'amont : depuis la mine jusqu'à la mise en réacteur
- l'irradiation en réacteur (voir article [N°20 "Les réacteurs nucléaires"](#))
- l'aval : depuis la sortie du réacteur après irradiation jusqu'au recyclage (voir [fiche argumentaire GAENA N° 7](#)), y compris le traitement des déchets fortement irradiés

Les réacteurs REP-900 ont été les premiers à être chargés en combustible recyclé MOX (mixed oxyde), mélange de plutonium et d'uranium à différents enrichissements, à partir d'uranium naturel ou de retraitement, ce qui permet d'économiser de l'uranium (notamment enrichi). A l'avenir, il est prévu de moxer les EPR (prévus dès le départ d'être moxables à 50 %), et de faire les transformations sur les REP-1300 pour ajouter les barres de contrôle permettant de contrôler un cœur moxé..

Les transports nécessités par cette industrie sont régis suivant les règlements internationaux édictés par l'Agence Internationale pour l'Énergie Atomique (AIEA) (voir [fiche argumentaire GAENA N°8](#)). La présente fiche présente une synthèse de ces différentes étapes.

3. PROSPECTION ET EXPLOITATION DU GISEMENT MINIER

Cette étape démarre par la recherche de gisements d'uranium et l'exploitation de ces gisements.

L'uranium est un élément peu abondant dans l'écorce terrestre qui en contient environ 2 à 4 grammes par tonne. On trouve des gisements d'uranium presque partout dans le monde, mais seuls sont exploités les gisements dont la teneur en uranium est suffisamment élevée pour que l'exploitation soit rentable.

On estime actuellement que sont rentables des gisements à des teneurs supérieures à 1 kg par tonne de roche. La teneur moyenne des gisements exploités est de 4 kg par tonne, certains gisements au nord Canada peuvent atteindre des valeurs exceptionnelles > 200 kg par tonne. Les principales ressources sont situées aux U.S.A., au Canada, en Australie, en Afrique du Sud, au Kazakhstan.

Les réserves mondiales (ressources connues et estimées) s'élèvent à près de 17 millions de tonnes. Les besoins actuels en France avec la capacité nucléaire installée sont voisins de 8.000 tonnes/an.

Chaque fois que cela est possible, l'exploitation se fait à ciel ouvert, en carrière, autrement en filons souterrains.

4. LA CONCENTRATION

Les minerais extraits sont trop pauvres en uranium pour être transportés tels quels à l'usine d'extraction. On procède à une pré-concentration sur place.

Pour obtenir 1 tonne d'uranium naturel il faut extraire en moyenne 1000 tonnes de minerai et remuer plusieurs milliers de tonnes de stériles.



Extraction d'uranium au Kazakhstan

La concentration comprend 2 opérations principales :

- une opération mécanique (concassage, broyage de minerai),
- une opération chimique qui permet d'aboutir à un concentré contenant 75 % d'uranium (U_3O_8) appelé « yellow cake » car c'est un solide de couleur jaune.

5. LA CONVERSION EN UF_6

Cet uranate est transporté vers les usines de conversion. L'opération de conversion a deux buts :

- éliminer toutes les impuretés absorbant les neutrons ;
- transformer le concentré en uranium métal, uranium oxyde ou en hexafluorure d'uranium (UF_6) suivant l'usage qu'on veut en faire.

Ces opérations sont toutes des opérations chimiques.

Pour son utilisation dans les réacteurs à eau pressurisée, il est nécessaire d'utiliser de l'uranium légèrement enrichi en ^{235}U (de 3 à 5 % au lieu de 0,7 %).

On utilise l' UF_6 pour procéder à l'enrichissement.



Banc de "yellow cake"

6. L'ENRICHISSEMENT

Le procédé utilisé historiquement pour l'enrichissement est la diffusion gazeuse. Le principe de la diffusion gazeuse s'appuie sur le fait que la diffusion des molécules de gaz à travers une paroi poreuse est d'autant plus rapide que la masse de ces molécules est faible.

On fait passer l' UF_6 qui est un gaz à $56^\circ C$ à travers une multitude de parois poreuses (dont les porosités sont inférieures à 0,2 micron) à la sortie desquelles l' UF_6 s'enrichit petit à petit en ^{235}U (qui est moins lourd que ^{238}U). Pour obtenir la teneur en ^{235}U souhaitée, il faut renouveler cette opération en utilisant des milliers de parois poreuses successives qu'on appelle étages.

L'ultracentrifugation permet d'obtenir le même résultat avec une consommation 50 fois moindre d'énergie (voir [Article GAENA "Arrêt de l'usine EURODIF : la fin de l'enrichissement de l'uranium par diffusion gazeuse"](#)). À la fin de l'opération on obtient un uranium enrichi en ^{235}U à la composition souhaitée (par exemple 3,5 %) et de l'uranium appauvri en ^{235}U (par exemple à 0,2 %).

7. LA CONVERSION EN OXYDE ET LA FABRICATION DES PASTILLES

7.1 OXYDE D'URANIUM

Le procédé par voie sèche utilisé à Romans consiste à faire réagir de l' UF_6 gazeux avec de la vapeur d'eau, pour produire une poudre d' UO_2 de qualité frittée, dans un four tournant.

L' UF_6 enrichi sortant de l'usine d'enrichissement est défluoré et converti en poudre d'oxyde d'uranium dans des fours tournants, par réaction de l' UF_6 gazeux avec de la vapeur d'eau. Ce procédé par voie sèche est un rare exemple de réaction où deux gaz produisent un solide. Cette poudre doit répondre à des critères exigeants en matière de rapport O/U et de frittabilité.

La poudre d' UO_2 est comprimée sous forme de pastilles cylindriques qui sont ensuite cuites sous atmosphère réductrice en four à défilement, comme des céramiques industrielles. Les pastilles, de densité élevée en oxyde d'uranium, voisine de 10, ont typiquement un diamètre 8,2 mm et une hauteur 13,5 mm pour les réacteurs à eau pressurisée.

7.2 OXYDE MIXTE (MOX)

L'uranium et le plutonium issus du retraitement à La Hague sous forme de nitrate passent dans des fours de l'usine de Tricastin pour être dénitrés.

<https://www.orano.group/fr/l-expertise-nucleaire/de-l-exploration-au-recyclage/expert-en-conversion-et-enrichissement>

Les poudres d' UO_2 et de PuO_2 sont expédiées dans l'usine MELOX où elles sont mélangées avant d'être frittées sous forme de pastilles céramiques de combustible MOX. https://www.youtube.com/watch?v=YsNnoTh_iaQ

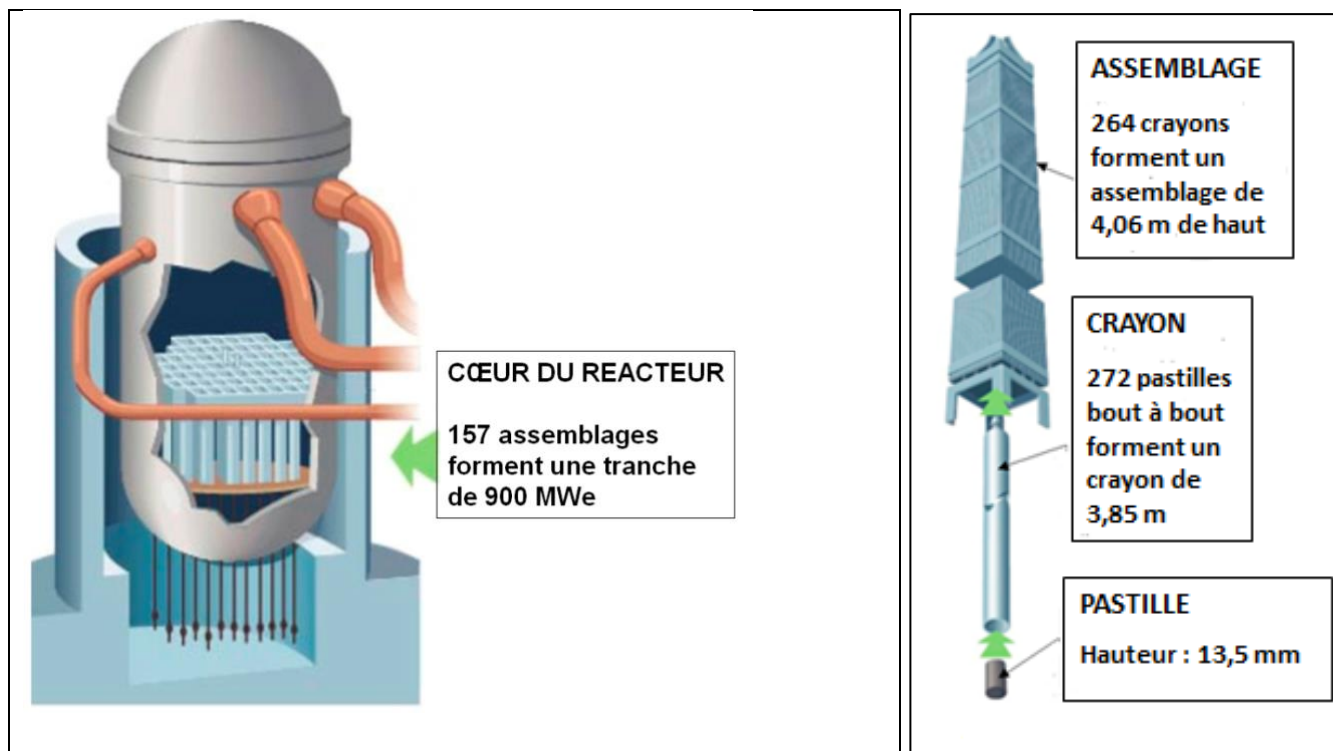
8. LA FABRICATION DES ÉLÉMENTS COMBUSTIBLES

À noter que l' UO_2 est un matériau réfractaire qui fond à $2800^\circ C$ et permet donc des énergies spécifiques très élevées.

Dans le réacteur, l'énergie fournie par le combustible (l'oxyde d'uranium) est évacuée par un fluide de refroidissement (dans les REP, de l'eau pressurisée à 150 bars). Le combustible doit être conditionné de manière à assurer correctement un double objectif : l'échange de chaleur avec le fluide caloporteur, et l'étanchéité pour ne pas polluer le circuit primaire en produits radioactifs.

Les pastilles d' UO_2 , une fois rectifiées, sont introduites dans de longs tubes en alliage de zirconium (zircaloy) ; ces tubes de combustible, appelés crayons, sont soudés hermétiquement par bombardement électronique sous vide, puis remplis d'hélium sous pression de 25 bars pour faciliter l'échange de chaleur. Un crayon d'une longueur de 3,8 m contient près de 300 pastilles d' UO_2 . Le choix du zircaloy est lié à sa transparence aux neutrons et à son excellente tenue à la corrosion à $350^\circ C$ par l'eau de refroidissement.

Le parc des 56 réacteurs électronucléaire français, de puissance cumulée 61,4 GWe, et bientôt 63 GWe avec l'EPR de Flamanville, requiert la fabrication annuelle de quelque 2500 assemblages, les éléments combustibles restant 3 ou 4 ans dans le réacteur, suivant le type de réacteur, avec des déchargements annuels de cœur de réacteur par tiers ou par quart. Les combustibles sont fabriqués dans des usines spécialisées à ROMANS en France et à DESSEL en Belgique.



La gaine des crayons combustibles assure l'étanchéité entre le combustible et le circuit primaire. Constituant la première barrière de sûreté entre les produits radioactifs et l'environnement, elle doit résister à de fortes contraintes thermiques et mécaniques, tout au long de l'irradiation en réacteur. Les crayons sont groupés en faisceaux de 264, maintenus par un squelette qui constitue un assemblage. L'assemblage (ou « élément combustible ») est l'unité que l'on charge et que l'on décharge dans les réacteurs.

À titre d'exemple, un réacteur de puissance de 900 MWe contient 157 assemblages (193 pour 1300 MWe et 205 pour 1450 MWe). La puissance maximum par unité de longueur de crayon est de 78 W/cm correspondant à une puissance sortant de cet assemblage égale 7,8 MW. La température maximum de l' UO_2 est de 1900°C et la température maximum des tubes est de 350 °C.

Le squelette de l'assemblage est formé de 24 tubes réunis par une pièce inférieure qui sert de pied et une pièce supérieure qui permet la manipulation de l'assemblage. Les tubes guides sont soudés à 8 grilles carrées successives comprenant 17 sur 17 cases. Chaque crayon occupe 1 case et est maintenu à l'intérieur de la case par des bossettes ou des ressorts qui maintiennent l'écartement des crayons et permettent le passage de l'eau de refroidissement. À l'intérieur des tubes guides coulisse une grappe de commande du réacteur ou est placée une grappe fixe de crayons absorbants.

9. LE SÉJOUR DANS LE RÉACTEUR

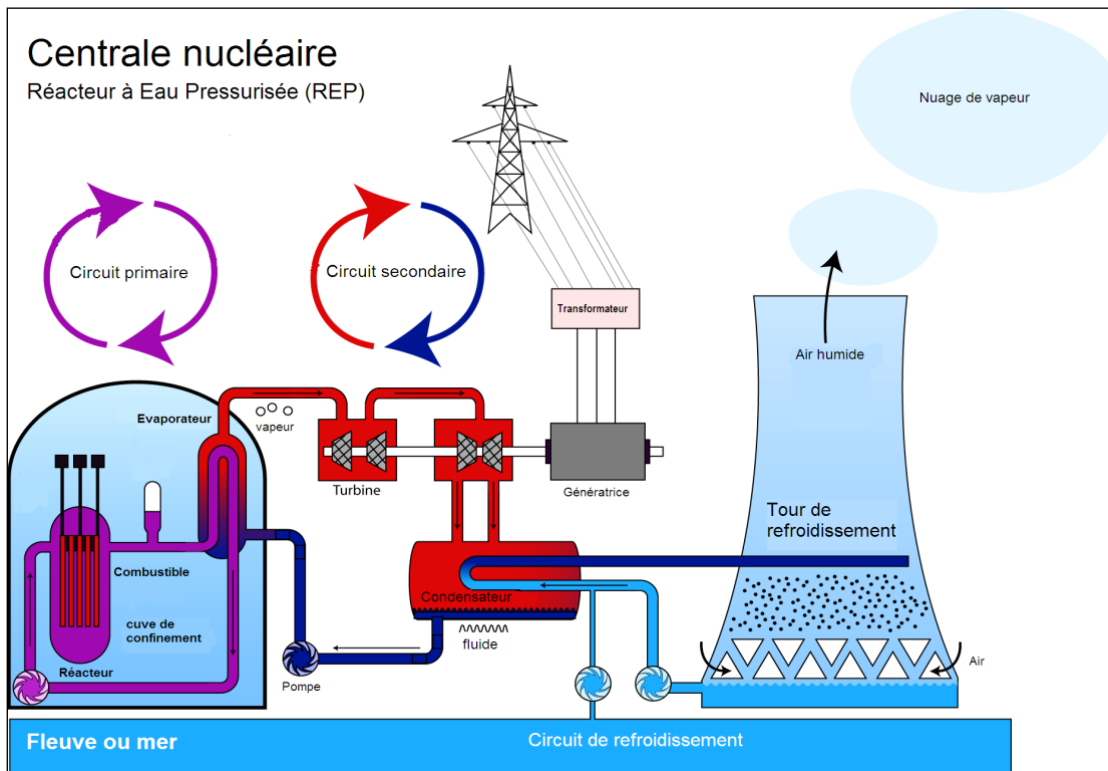
Durant son séjour dans le réacteur, le combustible fournit la chaleur nécessaire à la production d'électricité et subit un grand nombre de transformations :

- diminution de la teneur en ^{235}U ou ^{239}Pu par fission, et production de ^{239}Pu par capture de neutrons par ^{238}U (ce plutonium qui est fissile participe à la production d'énergie) ;
- production de produits de fission (issus de la fragmentation des noyaux d'uranium fissile) et de transuraniens¹ (issus de la transformation des noyaux d'uranium non fissiles) de longue durée de vie, que l'on appelle déchets car non utilisables ; ils représentent environ 3 % de la masse du combustible initial.

¹ Il s'agit de l'américium, du neptunium, et du curium, appelés aussi « actinides mineurs » (AM).

Lorsque le combustible utilisé est retiré du réacteur, il contient encore une proportion de matières énergétiques qui peuvent être recyclées pour être utilisées : 1% de ^{235}U (au lieu de 3,5 % initialement, mais cependant supérieur au taux naturel de 0,7 %), 1% de ^{239}Pu , 95% de ^{238}U . Le plutonium est fissile et possède des propriétés énergétiques importantes : 1 g de Pu équivaut à 100 g d'uranium ou à 1 tonne de pétrole.

L'opération de traitement du combustible utilisé en vue de la séparation des matières valorisables par recyclage, et des déchets à gérer, est aussi appelée « retraitement ».



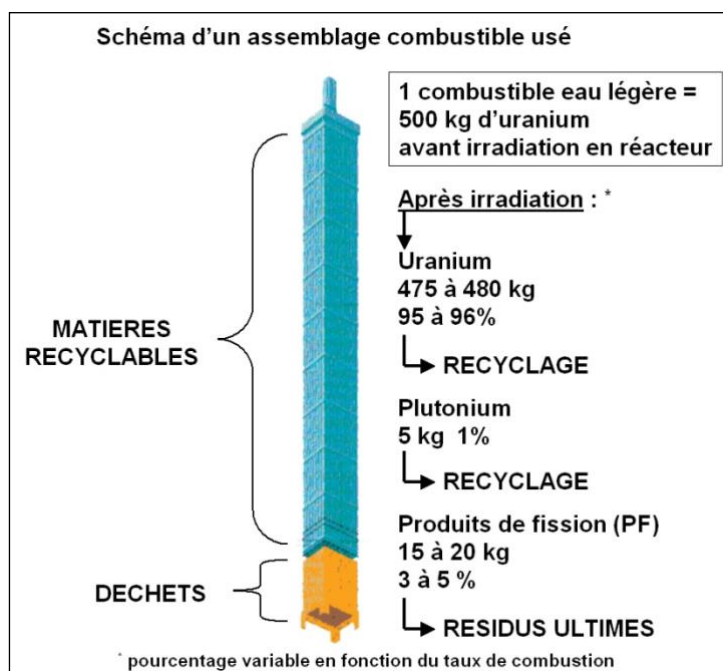
10. LE RETRAITEMENT

Le retraitement consiste à séparer les différents composants du combustible utilisé en :

- matières valorisables : uranium et plutonium ;
- déchets que l'on stocke, après les avoir isolés afin de réduire leur volume, et conditionnés dans des colis présentant des garanties de sûreté vis-à-vis de l'environnement pendant leur stockage de longue durée.

Cette solution, qui permet de gérer le combustible suivant les principes du développement durable, est celle qui a été choisie par la France.

Cette opération se fait en France dans l'usine Orano-Cycle de LA HAGUE. Les éléments combustibles sortis des réacteurs sont transportés dans des emballages en acier, aussi appelés châteaux de transport.



Ce sont des enceintes de près de 100 tonnes conçues pour transporter 12 assemblages compte tenu de leur énergie résiduelle (près de 100 kW) et de l'activité contenue.

Elles doivent répondre à des normes extrêmement sévères et résister en particulier aux accidents susceptibles d'être rencontrés en cours de transport par rail, route ou mer (voir [fiche argumentaire GAENA N°8](#)).

Le transport est effectué après entreposage intermédiaire (d'une durée d'une année) des combustibles dans des piscines situées sur le site des centrales nucléaires, de manière à diminuer leur énergie résiduelle et leur radioactivité.

Les opérations de retraitement sont, dans l'ordre successif :

- le cisailage des assemblages en petits morceaux de quelques centimètres ;
- la dissolution chimique qui permet de séparer l'uranium, le plutonium, les produits de fission et les transuraniens ;
- la séparation et la concentration des produits de fission et des transuraniens ;
- la séparation de l'uranium et du plutonium.

Pour être réutilisé, l'uranium de retraitement (URT) doit être ré-enrichi. Cet enrichissement se fait dans des centrifugeuses pour limiter l'impact de la contamination par les isotopes irradiants de l'uranium ; jusqu'à présent, l'enrichissement était réalisé en Russie, mais désormais il est prévu qu'il se fasse dans la nouvelle usine Georges Besse 2 du Tricastin, ou dans une usine européenne du groupe URENCO.

L'uranium de retraitement ré-enrichi et le plutonium sont utilisés pour faire de nouveaux combustibles, bouclant ainsi ce qu'on appelle le cycle du combustible. L'usine de LA HAGUE a procédé au retraitement de quelques 40.500 tonnes de combustible (dont 10.500 t de combustible étranger) depuis son démarrage en 1990 (la capacité de l'usine est de 1600 tonnes par an).

Pour un REP 900 avec déchargement annuel par 1/3 de cœur, on extrait chaque année 19 tonnes d'uranium à 1% de ^{235}U , 200 kg de Pu et 600 kg de produits de fission.

Actuellement, les recharges des REP 900 comprennent 30 % de MOX ; les réacteurs EPR sont prévus pour pouvoir être moxés à 50 % (100 % après modifications).

11. LA PRODUCTION DES DÉCHETS ET LEUR STOCKAGE

À l'issue du retraitement, un certain nombre de matières, non recyclables ni valorisables, sont classées comme déchets : les produits de fission et les transuraniens (déchets de haute activité), les matériaux de structure du combustible (déchets de moyenne activité à vie longue), ainsi que les déchets de procédé (faible activité pour la plupart) (voir [fiche argumentaire GAENA N° 3](#)).

Ces déchets radioactifs ont une durée de vie qui va de quelques jours à plusieurs millions d'années.

Les déchets de retraitement de faible activité à vie courte sont stockés après conditionnement en tumulus ou en tranchées par l'Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) dont le site en exploitation depuis 1992 est situé dans l'Aube. Ce centre permet de recevoir pendant 50 ans l'ensemble des déchets de ce type produits en France.

Les produits de fission et les transuraniens sont concentrés et stockés provisoirement sous forme liquide dans des cuves réfrigérées en acier inoxydable. Quelques années après, quand ils ont perdu une grande partie de leur radioactivité, ces produits sont calcinés et transformés en blocs de verre par ajout de silice puis sont ensuite coulés dans des conteneurs étanches en acier inoxydable, selon le procédé de vitrification mis au point au CEA-Marcoule, en vue d'un stockage définitif en site profond dans des galeries géologiquement stables. La demande d'autorisation de création du site Cigéo est en cours d'examen, pour avis final prévu vers 2025 (voir www.cigeo.com et [fiche argumentaire GAENA N° 64](#)).

La vitrification des produits de fission contenus dans une tonne de combustible représente environ 0,1 m³ de verre. C'est ainsi que pour une centrale de 900 MWe, le volume de déchets de haute activité conditionnés après vitrification est de 4 m³ par année de fonctionnement.

Le projet ASTRID, démonstrateur de réacteurs à neutrons rapides de 4^{ème} génération (voir [fiche argumentaire GAENA N° 22](#)) aurait permis l'étude de la transmutation des actinides mineurs, comme prévu par la loi sur les déchets radioactifs de 2006. En séparant, outre le plutonium comme on le fait déjà, mais aussi les actinides mineurs, on ramènerait le niveau des déchets de haute activité à une durée de vie de 300 ans, au lieu des 20.000 ans actuels nécessaires pour atteindre le niveau de radiotoxicité de l'uranium naturel. Ce projet a été arrêté au profit de l'étude de réacteurs modulaires de faible puissance « SMR », ainsi que la possibilité de multi-recyclage de MOX avec les futurs EPR, afin de progresser dans la capacité à retraiter industriellement du MOX

12. LE TRANSPORT DES MATIÈRES DU CYCLE DU COMBUSTIBLE

De nombreuses matières sont élaborées au cours du cycle du combustible ; ces matières, depuis le minerai jusqu'aux éléments combustibles MOX et aux déchets ultimes, sont mise en œuvre dans des sites et usines multiples, notamment : la mine, l'usine de conversion, l'usine d'enrichissement, l'usine de fabrication de combustibles, les centrales nucléaires, l'usine de retraitement, l'usine de fabrication des combustibles recyclés, les différents sites de stockage des déchets.

Il en découle que ces matières font l'objet de transports (voir [fiche argumentaire GAENA N° 8](#)). En tant que combustible nucléaire, ils sont au nombre d'environ 640 par an (300 pour le combustible neuf, 250 pour le combustible irradié, 30 pour le combustible MOX et 60 pour la poudre d'oxyde de plutonium). Ce nombre est à comparer aux 900 000 colis de matières radioactives qui sont transportés tous les ans, et dont 85 % ne concernent pas le cycle du combustible nucléaire : ce sont des matières à usage médical, pharmaceutique ou industriel.

13. PERSPECTIVES

À ce jour, la « fermeture » du cycle du combustible n'est pas complète en France puisque le plutonium n'est recyclé qu'une seule fois dans les réacteurs à eau pressurisée (on parle de « mono-recyclage REP »). Les combustibles MOX usés sont entreposés dans l'attente d'une future valorisation.

Le « cycle » tel qu'il est pratiqué aujourd'hui produit des matières dont la valorisation dépend de solutions techniques indisponibles à ce jour ou encore hypothétiques. La valorisation des matières contenues dans les combustibles usés MOX et URE est envisagée à travers la mise en œuvre du multi-recyclage en REP, à moyen-terme, et le déploiement des réacteurs à neutrons rapides (RNR) de quatrième génération, à plus long-terme.

Ces RNR pourraient également permettre le multi-recyclage du plutonium, ainsi que la valorisation dans son ensemble de l'uranium, y compris l'uranium appauvri. Cette solution permettrait d'aboutir à terme, à l'indépendance nationale en ressources primaires et à une réduction supplémentaire du volume et de la toxicité à long terme des déchets ultimes (pas de combustible usé sans emploi, car ils peuvent être intégralement retraités et le plutonium qu'ils contiennent recyclé). Ainsi, les combustibles MOX et les combustibles URE usés actuellement entreposés sous eau pourraient être recyclés dans une flotte de RNR.

14. RÉFÉRENCES

- [Réf. 1] [Fiche argumentaire GAENA N° 66](#) : *Entreposage du combustible nucléaire usé – Stockage*
- [Réf. 2] *Rapport de la Cour des comptes du 4 juillet 2019 : L'aval du cycle du combustible nucléaire – Les matières et les déchets radioactifs, de la sortie du réacteur au stockage* <https://www.ccomptes.fr/fr>
- [Réf. 3] *Rapport du HCTISN (Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire) : Présentation du « Cycle du combustible français en 2018 »* <http://www.hctisn.fr/>
- [Réf. 4] <https://www.orano.group/fr> : *Traitement & recyclage des combustibles usés : ce qu'il faut retenir*
- [Réf. 5] <https://www.cea.fr/> : *Le cycle du combustible nucléaire*
- [Réf. 6] https://fr.wikipedia.org/wiki/Traitement_du_combustible_usé